

І. Г. Шараєвський, Т. С. Власенко, Л. Б. Зімін, А. В. Носовський, Н. М. Фіалко, Г. І. Шараєвський

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

Перспективні напрями підвищення експлуатаційної надійності та забезпечення оперативного управління ресурсом головного обладнання АЕС

Ключові слова:

водоохолоджувані енергетичні ядерні реактори, експлуатаційна безпека, автоматична діагностика, методи штучного інтелекту

На основі узагальнення тенденцій розвитку водоохолоджуваних енергетичних ядерних реакторів, аналізу стану відповідних досліджень та власного досвіду сформульовано науково-практичні напрями та конкретизовано першочергові науково-технічні проблеми, пов'язані із забезпеченням надійності та продовженням термінів гарантованої експлуатації діючих та перспективних ядерних енергоустановок. Визначено основні недоліки існуючих систем контролю та діагностики перебігу складних багатофакторних нейтронно-фізичних, теплогідравлічних та вібраційних процесів, якими супроводжується експлуатація цих реакторів, включаючи їхнє найважливіше головне обладнання — активні зони, і показано принципову недосконалість цих систем та невідповідність їх зростаючим вимогам безпеки. Відзначено необхідність запровадження методів спектрального аналізу та штучного інтелекту для врахування флуктуаційних складових сигналів датчиків основних технологічних параметрів. Наголошено на необхідності зміни принципів побудови систем контролю та діагностики шляхом створення засобів автоматичної діагностики, здатних виявляти початкові фази потенційно небезпечних аномалій, що має полегшити інформаційно напружені умови праці персоналу, підвищити ефективність та економічність оперативних рішень та оптимізувати ремонтну політику із суттєвим продовженням ресурсу обладнання. Сформульовано вимоги до створюваного інтелектуального діагностичного функціоналу водоохолоджуваних реакторів, визначено напрями побудови математичних моделей, алгоритмічного та програмного забезпечення комп'ютерних комплексів автоматичного контролю та діагностики.

Вступ

Сучасний стан атомної енергетики в Україні, а також високий рівень безпекових та екологічних вимог до цієї відповідальної галузі економіки в нашій державі (Енергетична стратегія України та інші нормативні документи), а також у низці інших про-

мислово розвинених країн світу, які вже кілька десятиліть експлуатують ядерні енергоблоки, поставили на порядок денний комплекс тісно пов'язаних між собою невідкладних наукових завдань, що стосуються підвищення рівня експлуатаційної надійності АЕС, а також створення необхідних передумов для забезпечення довготривалого ресурсу головного об-

© І. Г. Шараєвський, Т. С. Власенко, Л. Б. Зімін, А. В. Носовський, Н. М. Фіалко, Г. І. Шараєвський, 2021

ладнання ядерних енергетичних установок (ЯЕУ). Ця проблема має комплексний характер і є актуальною не тільки для діючих АЕС з реакторами основних енергетичних типів, насамперед ВВЕР, але й для перспективних розробок нових конструкцій реакторних установок (РУ), особливо таких, як надкритичні легководні реактори [1, 2]. Як відомо [3, 4], центральне місце в переліку актуальних науково-технічних проблем, що безпосередньо пов'язані з пріоритетами забезпечення експлуатаційної безпеки та надійності ТВЕЛ в активних зонах (АкЗ) перспективних ядерних реакторів (ЯР) наступного покоління з надкритичними параметрами (НКП) теплоносія, посідають процеси теплообміну та гідродинаміки в АкЗ. При цьому особливо має бути відзначений той факт, що оперативний контроль динаміки теплогідралічних режимів в АкЗ ЯР з НКП, включаючи можливі передаварійні процеси тепловіддачі на поверхні ТВЕЛ, у системах контролю та діагностики створюваних пілотних зразків цих реакторів реально не забезпечується. Очевидно, що ці принципові недоліки, які є притаманними розроблюваним системам оперативного контролю АкЗ ЯР з НКП, ставлять під серйозний сумнів не тільки експлуатаційну надійність, але й ресурс майбутніх РУ цього типу.

Виходячи з наведеного, слід зазначити таке. По-перше, проблема суттєвого підвищення рівня експлуатаційної безпеки та надійності сучасних АЕС з реакторами основних енергетичних типів, а також перспективних ЯР з НКП має комплексний і системний для сучасної атомної енергетики характер. По-друге, тісно пов'язаною з проблемою підвищення надійності діючих ЯЕУ є актуальна вимога максимально можливого продовження гарантованого терміну експлуатації ядерних енергоблоків. Очевидно, що успішне вирішення цієї комплексної міждисциплінарної проблеми вимагає системного підходу й зумовлює необхідність застосування якісно нових методологій її вирішення, зокрема з позицій реалізації процедур превентивної діагностики критично важливих для забезпечення надійності елементів і систем ЯЕУ. Показово, що зазначені перспективні діагностичні процедури принципово можуть бути реалізовані лише на основі новітніх інформаційних технологій, які мають скласти фундаментальну основу процесу оперативного управління експлуатаційним ресурсом діючих та перспективних ядерних енергоблоків. Аналізу ефективних шляхів реалізації цих проблемних наукових завдань і присвячено представлену публікацію.

Проблема підвищення експлуатаційного ресурсу та невирішені питання теплофізики безпеки ЯЕУ

З позицій аналізу перспективних підходів до розробки методології оперативного управління експлуатаційним ресурсом головного обладнання сучасних АЕС заслуговують на увагу досягнуті на сьогодні в атомній енергетиці фактичні рівні цього важливого техніко-економічного показника. Так, зокрема, відомим є факт уже досягнутого на теперішній час в українській атомній енергетиці науково обґрунтованого продовження початкового 30-річного терміну гарантованої експлуатації вітчизняних ядерних енергоблоків, більшість з яких відповідно до цього терміну вже мали бути зупиненими. Проте з урахуванням уже досягнутого в зарубіжній атомній енергетиці 80-річного терміну пролонгації експлуатаційного періоду ядерних енергоблоків є, на думку вітчизняних спеціалістів, принципова можливість збільшення вже досягнутого в Україні терміну експлуатації АЕС ще, як мінімум, на два десятки років. Разом з тим необхідно підкреслити, що зазначене зростання видається можливим лише за умови розробки комплексу ефективних заходів щодо вирішення та практичної реалізації низки проблемних питань забезпечення оперативного контролю технічного стану найбільш вразливих відповідальних структурних компонентів ЯЕУ, у першу чергу, АкЗ водоохолоджуваних ядерних реакторів (ВОЯР). Пріоритетні напрями вирішення цього комплексного завдання, що розглядається з позицій актуальної теплофізичної проблематики забезпечення експлуатаційної безпеки АЕС, доцільно розглянути далі.

Так, насамперед, слід відзначити, що в російській атомній енергетиці цю проблематику вже достатньо давно визнано пріоритетною, про що свідчить нещодавня публікація [5]. В Україні проблематику забезпечення оперативного управління ресурсом ядерних енергоблоків з позицій вирішення комплексу проблемних задач підвищення теплогідралічної надійності АкЗ ВОЯР раніше було системно розглянуто в монографіях [6–10]. Показово, що серед розглянутих у широкому контексті в цих роботах пріоритетних напрямів досліджень і розробок саме теплофізичні аспекти якісного вдосконалення діагностичного забезпечення експлуатації ядерних енергоблоків займають центральне місце. З огляду на цей науковий доробок у цій публікації знайшли своє відображення результати аналізу комплексу су-

часних підходів, пов'язаних з оцінкою структурної надійності елементів і систем ЯЕУ, а також питання методології раннього автоматичного розпізнавання потенційно небезпечних позаштатних теплофізичних режимів РУ, зокрема на основі застосування методів штучного інтелекту.

Як відомо [5, 10], традиційними напрямами управління ресурсом устаткування ядерних енергоблоків у процесі їхньої експлуатації був і залишається неруйнівний контроль структурних елементів ЯЕУ, що застосовується з метою визначення фактичного експлуатаційного стану їхнього металу. Зазначені напрями досить докладно освітлені в наявній літературі, зокрема в монографії [11]. Проте підходи роботи [11] почали сприйматися багатьма фахівцями як єдино можливий інструментарій, що складає фундаментальну основу всіх сучасних технологій управління ресурсом головного обладнання ЯЕУ. Утім, поряд із типовими матеріалознавчими підходами роботи [11], значної актуальності набула проблематика превентивної діагностики обладнання ЯЕУ, особливо з урахуванням досвіду відомих тяжких аварій. З огляду на узагальнений у роботах [5, 10, 11] досвід, особливо актуальною є проблема раннього автоматичного виявлення початкових фаз виникнення потенційно небезпечних передаварійних експлуатаційних станів у головному обладнанні ядерного енергоблоку, насамперед в АкЗ ЯР, на основі запропонованих авторами цих робіт концептуальних підходів із використанням методології штучного інтелекту. З огляду на це доцільно конкретизувати головні проблемні питання, що стосуються оперативного забезпечення теплогідрравлічної надійності та ресурсу АкЗ ВОЯР.

Відомо [6], що руйнація оболонки ТВЕЛ в умовах виникнення на їхній поверхні кризи тепловіддачі при кипінні теплоносія створює реальну загрозу експлуатаційній безпеці ВОЯР. У той же час, незважаючи на потенційну небезпеку появи цього аварійного за теплообміном експлуатаційного стану АкЗ, аномальні та передаварійні теплофізичні процеси в тепловідільних збірках (ТВЗ), що пов'язані у ВВЕР із послідовним переходом теплогідрравлічного стану реакторних каналів від початку генерації парової фази на поверхні ТВЕЛ до виникнення на ній кризових за теплообміном явищ, сучасними технічними засобами систем внутрішньореакторного контролю (СВРК) та інших діагностичних систем не відстежуються. Іншими словами, теплогідрравлічні процеси (ТГП), що реалізуються в АкЗ ВОЯР при підвищенні густини

теплового потоку та відповідному збільшенні щільності активних центрів пароутворення в режимі пузиркового кипіння аж до настання плівкового кипіння, тобто кризи тепловіддачі першого роду, фактично не контролюються. Показовим є той факт, що існуючими засобами технологічного контролю АкЗ сучасних ВОЯР зазначені теплогідрравлічні режими принципово не можуть бути виявлені. Такі функціональні обмеження є властивими не тільки застосовуваним на сьогодні в практиці експлуатації ВВЕР, РWR та ВWR технічним засобам термометрії АкЗ, але також і функціональним можливостям сучасних комп'ютерних комплексів контролю інших технологічних параметрів РУ, насамперед нейтронного потоку. За даними [10], задіяні в структурі штатних технічних засобів АСУ ТП АЕС комплекси СВРК забезпечують контроль лише інтегральних нейтронно-фізичних та теплотехнічних параметрів АкЗ. При цьому в структурі сучасних СВРК та АСУ ТП АЕС наразі взагалі відсутні технічні засоби, які були б здатні забезпечити ефективний контроль режимів генерації парової фази при кипінні теплоносія на поверхні ТВЕЛ. Особливо це стосується можливості надійного виявлення початкових фаз виникнення передкризових ТГП у ТВЗ, які наразі ніяк не контролюються. Очевидно, що відсутність таких технічних засобів діагностики ТГП в оперативного персоналу ядерного енергоблоку істотно знижує рівень експлуатаційної надійності сучасних ВОЯР та практично виключає можливість оперативного управління ресурсом ЯЕУ.

З цих позицій, що розглядаються в контексті оцінки шляхів реалізації ще не вирішеної на теперішній час проблеми оперативного виявлення аномальних ТГП в АкЗ вітчизняних та зарубіжних ВОЯР, слід звернути увагу на низку наукових досліджень, що були виконані за останні роки. Їхні головні висновки було узагальнено в роботах [6–10]. Так, зокрема, у результаті проведення циклу спеціальних досліджень було з'ясовано, що стохастичні флуктуаційні складові сигналів датчиків ряду технологічних параметрів АкЗ ЯР, у першу чергу тиску, нейтронного потоку та ін. (тобто «реакторні шуми») містять значний обсяг важливої фізичної інформації про характер та особливості фазового переходу в теплоносії, що охолоджує поверхню теплообміну ТВЕЛ. У цьому зв'язку слід відзначити, що через невідповідність сучасних детермінованих підходів до обробки оперативної інформації в існуючих комп'ютерних комплексах АСУ ТП АЕС реальній стохастичній природі вищезазначених теплогідрравлічних «реакторних шумів»

важлива діагностична інформація, яка міститься у флуктуаційних складових сигналів цих основних технологічних параметрів, по суті втрачається. Це унеможливує виконання на базі існуючої методології визначальної функції діагностичного забезпечення експлуатації РУ, що підлягає пріоритетній розробці при створенні комп'ютерних комплексів нового покоління технічних засобів оперативної діагностики ЯЕУ, тобто процедур раннього автоматичного розпізнавання аномальних передаварійних теплогідролічних режимів у ТВЗ ВОЯР. У цьому зв'язку варто також підкреслити, що автоматичне розпізнавання фізично нечітких (через їхню ймовірнісну природу) передаварійних та аномальних ТГП, що є діагностичними об'єктами, не має альтернативи й повинне бути забезпечене не тільки з високою надійністю, але й у реальному масштабі часу. З огляду на ці визначальні вимоги в роботі [12] показано, що вирішення цих задач може бути забезпечене виключно на основі методологічних підходів штучного інтелекту. З урахуванням цього попередньо мають бути конкретизовані головні фізико-математичні аспекти створення перспективних технічних засобів шумової діагностики АкЗ ВОЯР. З огляду на принциповий характер цих питань у контексті проблематики забезпечення надійності та підвищення ресурсу ВОЯР головні вимоги до розробки інтелектуальних діагностичних засобів нового покоління розглянуто далі.

Головні вимоги до розробки інтелектуального діагностичного функціонала ВОЯР

Представлений у роботах [6–10, 12] аналіз головної проблематики створення інтелектуальних систем оперативної діагностики нового покоління, розглянутий у контексті фундаментальної проблеми управління ресурсом сучасних АЕС дозволяє констатувати:

а) на теперішній час в атомній енергетиці провідних країн світу практично відсутні спеціалізовані діагностичні системи, а також інші програмно-технічні засоби, що функціонують у структурі СВРК та в складі засобів підтримки операторів (ЗПО) АСУ ТП АЕС, які здатні забезпечити надійне автоматичне розпізнавання передаварійних та аномальних ТГП на поверхні тепловіддачі ТВЕЛ із використанням інформації, що міститься у флуктуаційних складових деяких технологічних параметрів АкЗ ВОЯР;

б) існуючі технічні засоби контролю технологічних параметрів АкЗ і режимів експлуатації енергетичних ВОЯР, включаючи комп'ютерні комплек-

си СВРК, а також системи моніторингу основного обладнання ЯЕУ (такі, наприклад, як SPDS, ALLY, pwVDN (США); KUS'95, PCSUS (ФРН), DMS, PODIA (Японія), СКУД (Росія) та ін.), не забезпечують можливості автоматичного розпізнавання переходу експлуатаційних станів штатних ТГП до передаварійних режимів тепловіддачі з поверхні ТВЕЛ, що безпосередньо передують виникненню кризи тепловіддачі в ТВЗ та її руйнації;

в) використання існуючих технічних засобів контролю, моніторингу й діагностики АкЗ енергетичних ВОЯР не забезпечує виявлення й надійної ідентифікації аномальних теплофізичних процесів у ТВЗ, насамперед початку кипіння на поверхні тепловіддачі ТВЕЛ;

г) дотепер фактично не розроблені фундаментальні підходи, а також необхідні методологічні основи створення нового — інтелектуального — покоління спеціалізованих діагностичних систем, що мають надійно забезпечити автоматичне розпізнавання передаварійних та аномальних ТГП в АкЗ енергетичних ВОЯР.

Таким чином, розробка методологічної основи для створення інтелектуальних діагностичних систем, що призначені для раннього автоматичного виявлення й надійного розпізнавання передаварійних та аномальних ТГП на основі ідентифікації шумів технологічних параметрів АкЗ ВОЯР є актуальною науковою проблемою, яка в контексті реалізації комплексної проблеми управління ресурсом обладнання ядерних енергоблоків АЕС має незаперечне практичне значення.

Досвід експлуатації енергетичних ЯР, який до теперішнього часу налічує у світі вже майже сім десятиліть, переконливо свідчить про те, що плин робочого тіла, що рухається в першому контурі ЯЕУ, здатний ініціювати розвиток інтенсивних і потенційно небезпечних механічних вібрацій у критичних з точки зору забезпечення безпеки АЕС елементах конструкції РУ, включаючи АкЗ. У монографії [8] систематизовано діагностичну інформацію щодо основних фізичних проявів аномального вібраційного стану конструкційних елементів і систем обладнання першого контуру РУ. Як підкреслюється у зв'язку з цим у роботі [8], подібні вібраційні, а також аномальні акустичні процеси в трубопроводах ЯЕУ варто віднести до числа найбільш небезпечних експлуатаційних чинників, що негативно впливають на величину та характер динамічних навантажень, які безпосередньо визначають експлуатаційний ре-

курс елементів конструкції РУ. Крім того, у роботі [8] у контексті актуальної проблематики структурної пошкоджуваності трубопроводів першого контуру ЯЕУ переконливо доведено, що вищевказані віброакустичні чинники здатні також безпосередньо впливати на пошкоджуваність оболонок ТВЕЛ і тим самим фактично визначати реальні показники надійності АкЗ ЯР. У цьому зв'язку в зазначеній роботі підкреслюється, що небезпечним експлуатаційним станом ЯЕУ є динамічна взаємодія структурних компонентів першого контуру РУ з потоком теплоносія в резонансній області коливань внутрішньокорпусних елементів ЯР, зокрема ТВЗ, а також органів штатної системи управління та захисту (СУЗ). Пріоритетні завдання віброшумової діагностики АкЗ ВВЕР з позицій вищевказаних невирішених проблем забезпечення гарантованого ресурсу експлуатації ядерних енергоблоків розглянуто також у роботі [10]. Разом з тим значний перелік актуальних питань експлуатаційної безпеки ЯЕУ, які стосуються: 1) основних типів причинно-наслідкових зв'язків між конкретними видами вібраційних пошкоджень і спектральною структурою коливальних процесів, що реєструється в процесі експлуатації цього обладнання; 2) реалізації процедур раннього автоматичного виявлення та комп'ютерної класифікації віброакустичних аномалій у критичних для безпеки елементах першого контуру; 3) характеру та особливостей акустичної динаміки контуру циркуляції теплоносія в РУ — продовжує залишатися практично недослідженим. Очевидно, що це певною мірою стримує розробку комплексної методології управління ресурсом діючих і проєктованих ядерних енергоблоків.

Вагомими аргументами, що свідчать про пріоритет невідкладної реалізації перспективних напрямів теплофізичних досліджень термоакустичної динаміки першого контуру ВОЯР, слід вважати, зокрема, результати представлено в роботах [7, 8] системного аналізу уроків важких аварій, що мали місце в атомній енергетиці. Ядерна аварія на АЕС «Фукусіма», яка виникла 11 березня 2011 р. і була ініційована землетрусом у 9 балів і хвилями цунамі заввишки до 24 м, наочно продемонструвала очевидну необхідність радикального вдосконалення проєктно-конструкторських рішень, реалізованих на діючих і споруджуваних АЕС. Показово, що такі конструкторські концепції мають забезпечувати не тільки істотне підвищення сейсмостійкості ядерних енергоблоків, але також і ефективно врахування можливої взаємодії динамічних коливальних процесів,

які виникають не тільки в будівельних конструкціях енергоблоку, але також у технологічних системах ЯЕУ, включаючи їхній перший контур. Саме з цих позицій, що розглядаються далі в контексті вищевказаної проблематики забезпечення експлуатаційної безпеки, а також збільшення наявного ресурсу головного обладнання АЕС, необхідно звернути увагу на такі принципові питання.

На теперішній час у результаті аналізу характеру та особливостей акустичної коливальної динаміки першого контуру ЯЕУ відомо, що головними фізичними джерелами генерації спектра гідродинамічних коливань потоку теплоносія є динамічні ефекти: а) акустичні стоячі хвилі в контурі циркуляції; б) процеси вихороутворення й кавітації; в) турбулентні флуктуації тиску; г) пульсації напору в проточній частині головного циркуляційного насоса (ГЦН); д) основні види гідродинамічної нестійкості теплоносія. За наявності таких коливальних джерел може мати місце резонансне підсилення окремих спектральних ділянок коливань низки структурних елементів контуру циркуляції, результатом чого може бути аномальне зростання в них динамічних напружень. Варто зазначити, що подібні резонансні ефекти, безсумнівно, повинні розглядатися в якості одного з визначальних чинників зниження експлуатаційного ресурсу ЯЕУ та однієї з можливих причин збільшення числа раптових відмов елементів першого контуру ВОЯР. У роботі [5] підкреслюється, що в комплексі пріоритетних заходів в області підвищення ефективності експлуатації ядерних енергоблоків, які підлягають виконанню, головним чином, на основі реалізації актуальних завдань управління ресурсом головного обладнання сучасних АЕС, проблематика системного застосування якісно нових інструментальних засобів оперативної діагностики ЯЕУ посідає чільне місце. Робота [5] є доволі показовою, оскільки відображає погляди російських фахівців на пріоритетні питання широкого використання новітніх засобів моніторингу та діагностики головного обладнання ЯЕУ, яке розглядається як необхідна передумова реалізації сучасної концепції проведення ремонтів за реальним технічним станом відповідного обладнання ядерних енергоблоків. Ретельний облік фактичного технічного стану ЯЕУ дає змогу істотно скоротити час на проведення циклу ремонтного обслуговування, а також мінімізувати використовувані при реалізації цього циклу матеріальні ресурси. Автор [5] вважає, що успішне вирішення пріоритетних завдань управління ресурсом головного обладнання АЕС може бути

забезпечене лише на основі отримання об'єктивної оперативної інформації щодо фактичного технічного стану критичних елементів та систем ЯЕУ. У той же час у цій роботі відзначається, що значна частина ключової для забезпечення безпеки ЯЕУ діагностичної інформації, особливо щодо фактів можливої появи початкових фаз виникнення латентних пошкоджень відповідальних структурних елементів ядерних енергоблоків, сьогодні є прихованою і для оперативного персоналу фактично невідомою. Очевидно, що саме практична реалізація пріоритетної концепції виконання ремонтів обладнання ЯЕУ з обліком фактичного технічного стану елементів і систем ядерного енергоблоку зумовлює необхідність розробки нового покоління діагностичних засобів, здатних забезпечити ефективний поточний контроль умов виникнення латентних дефектів у відповідних структурних елементах обладнання АЕС. Як підкреслюється в [5], невідкладна реалізація вищезазначених організаційно-технічних заходів має створити необхідні передумови для ефективного управління ресурсом ЯЕУ і стане запорукою значного скорочення часу виконання основних видів планово-попереджувальних ремонтів діючих АЕС та відповідного збільшення виробництва електроенергії атомною енергетичною галуззю.

У контексті сформульованих вище актуальних завдань діагностичного забезпечення експлуатації АЕС видається необхідним звернути увагу також і на деякі прогностичні аспекти проблематики управління ресурсом обладнання ЯЕУ. При цьому необхідно зазначити таке. У найближчі роки невідкладній розробці підлягають нові комп'ютерні технології, що призначені для ефективного прогнозування динаміки виникнення технологічних порушень у головному обладнанні ядерного енергоблоку. Створені на основі відповідних інформаційних технологій програмно-технічні засоби нового типу мають забезпечити надійне автоматичне передбачення умов виникнення потенційно небезпечних тенденцій у зміні визначальних технологічних параметрів ЯЕУ. При цьому такі перспективні комп'ютерні комплекси мають бути здатні виявити зв'язок між наявною нерегламентною динамікою технологічних параметрів і фактом виникнення аномальних режимів експлуатації елементів і систем у відповідних структурних компонентах обладнання АЕС. У зв'язку з цим слід зазначити, що подібні перспективні комп'ютерні технології, реалізовані на основі автоматичного структурного аналізу великих масивів експлуатаційних даних у сучасних інформаційних технологіях, отримали визначення

«big data». Розробка та реалізація новітніх інформаційних технологій із використанням методології штучного інтелекту створює необхідні передумови для суттєвого зменшення ймовірності аварійного розвантаження ядерного енергоблоку в умовах латентного ушкодження, що розвивається в елементах та системах ЯЕУ.

Таким чином, відповідно до новітніх діагностичних підходів, запропонованих у роботі [12], засадничий характер має вирішення комплексу інформаційних завдань, що безпосередньо пов'язані з проблематикою оперативної діагностики технічного стану критичних елементів та систем головного обладнання АЕС за шумами інформаційно значущих технологічних параметрів. Вирішення цих проблемних завдань передбачає створення:

а) фізико-математичних моделей та обчислювальних методів, що мають забезпечити ефективне вилучення та практичне використання діагностичної інформації, що міститься в шумових флуктуаційних складових сигналів датчиків інформаційно значущих діагностичних параметрів РУ;

б) інтелектуальних програмно-технічних засобів для надійної ідентифікації випадкових ТГП у каналах ВОЯР;

в) розробку математичних моделей пошуку причинно-наслідкових зв'язків між певними класами технологічних порушень і динамікою зміни спектральних параметрів великих масивів (big data) поточних технологічних параметрів ядерного енергоблоку.

Очевидно, що визначальні результати цих перспективних розробок мають стати базовою основою створення якісно нового математичного та програмного забезпечення для спеціалізованих діагностичних комп'ютерних комплексів нового покоління. При цьому функціональне ядро цих перспективних технічних засобів управління експлуатаційним ресурсом ядерних енергоблоків мають скласти такі обчислювальні процедури: 1) надійного автоматичного розпізнавання аномальних і передаварійних експлуатаційних станів ЯЕУ, включаючи нерегламентні ТГП в АкЗ ВОЯР, а також в інших критичних для експлуатаційної безпеки елементах та системах АЕС; 2) формування адекватних прогностичних рішень стосовно подальшої динаміки зміни технічного стану елементів і систем у процесі розвитку нерегламентних перехідних процесів в обладнанні ядерного енергоблоку, що принципово здатні забезпечити можливість превентивної реалізації персоналом блочного щита управління (БЩУ) активних

протиаварійних заходів. Методологічні підходи до оптимізації інформаційної підтримки персоналу БЩУ розглянуто далі.

Проблеми оптимізації інформаційної підтримки оперативного персоналу БЩУ

У вищезгаданому діагностичному контексті слід звернути також увагу на такі принципові аспекти проблематики інформаційної підтримки оперативного персоналу БЩУ сучасних АЕС. Відомо [6–10], що в останні роки оператори БЩУ ядерних енергоблоків великої потужності при забезпеченні фундаментальних функцій безпеки ЯЕУ [13] зіштовхнулися не тільки з істотним ускладненням характеру експлуатаційних завдань, але також із гострим дефіцитом часу для формування діагностичних та керуючих рішень. З огляду на наявні суттєві часові обмеження на дії оперативного персоналу, що набули за останні роки критичного характеру, доцільним є аналіз сучасної проблематики інформаційної підтримки оперативного персоналу БЩУ АЕС. При цьому слід зазначити таке. Насамперед, на теперішній час стала очевидною невідповідність сучасним вимогам забезпечення безпеки АЕС існуючих функціоналів обчислювальних комплексів, що задіяні в комп'ютерному оснащенні БЩУ АЕС. Крім того, у роботах [6–10] у контексті аналізу проблематики пошкоджуваності критичних елементів і систем ЯЕУ системно розглянуто головні шляхи якісного вдосконалення існуючих спеціалізованих обчислювальних систем для оптимізації інформаційної підтримки оперативного персоналу ядерних енергоблоків. При цьому в зазначеному контексті у відзначених роботах серед іншого обґрунтовано імператив інтеграції функцій оперативної автоматичної діагностики елементів і систем ЯЕУ в єдиний обчислювальний комплекс з інтелектуалізованим функціоналом усіх обчислювальних засобів у структурі засобів підтримки операторів АЕС. Методологічний підхід до такої інтеграції як практичного прикладу реалізовано в роботі [14] на основі запропонованих у ній алгоритмів автоматичної ідентифікації умов появи початкових фаз передаварійних експлуатаційних станів у критичному елементі ГЦН. У цій роботі наочно показано, що інтелектуальні системи діагностики нового покоління здатні реалізовувати автоматичне формування діагностичних рішень у складних умовах інформаційної невизначеності, а також його

значної психологічної перевантаженості. Важливість зазначених чинників зумовлює необхідність їхнього системного аналізу, оскільки саме вони визначають характер інформаційного середовища, в якому функціонує оперативний персонал БЩУ. Також слід відзначити таке. По-перше, наявна в операторів інформаційна невизначеність є об'єктивно обумовленою не тільки стохастичною природою основних різновидів технологічних процесів в ЯЕУ (нейтронно-фізичних, теплогідрравлічних та вібраційних), що підлягають автоматичній ідентифікації, але також пов'язаною з імовірнісним характером зв'язку між цими статистичними процесами та виникненням експлуатаційних порушень в обладнанні ЯЕУ. По-друге, реалізація інтелектуальних функцій автоматичного розпізнавання випадкових об'єктів та прогноз динаміки розвитку технічного стану елементів і систем ЯЕУ не можуть бути забезпечені на основі застосування існуючого математичного забезпечення АСУ ТП АЕС, основою якого є бінарна логіка та булева алгебра.

Дійсно, у сучасних обчислювальних системах, задіяних у структурі технічних засобів АСУ ТП АЕС, сигнали на виході кожного з вимірювачів технологічних параметрів ЯЕУ послідовно піддаються частотній фільтрації, амплітудній дискримінації, усередненню та деяким іншим операціям, у результаті яких імовірнісна структура цих стохастичних сигналів фактично втрачається. Вочевидь, при цих детермінованих операціях губиться також і високоцінна діагностична інформація, яка міститься в структурі сигналів штатних вимірювачів технологічних параметрів ЯЕУ. Крім того, відомо, що сучасні обчислювальні системи, які задіяні в архітектурі технічних засобів АСУ ТП АЕС разом з інтегрованими в ці засоби комп'ютерними комплексами СВРК та ЗПО, під час реалізації процедур оцінки характеру поточних значень визначальних технологічних параметрів використовують винятково детерміновані методи, засновані на порівнянні досягнутих рівнів сигналів. При цьому зазначені процедури контролю покликані не допустити виходу інтегрального рівня кожного з технологічних параметрів за граничні порогові значення, що встановлені на підставі вимог регламенту експлуатації та досвіду технічного обслуговування ЯЕУ відповідного типу. Очевидно, що при такому детермінованому підході до обробки даних технологічних параметрів ЯЕУ флуктуаційні складові сигналів вимірювачів нейтронного потоку, тиску, температури теплоносія в АкЗ енергетичних ВОЯР, а також у деяких інших елементах і системах

головного обладнання ядерних енергоблоків, зокрема ГЦН, відповідно до діючих детермінованих алгоритмів контролю досягнутих рівнів сигналів існуючими підходами не можуть бути враховані. Очевидно, що в результаті реалізації таких детермінованих процедур незворотно втрачається також і цінна діагностична інформація. У зазначеному контексті слід відзначити також таке.

Ресурси та можливості існуючих обчислювальних систем, які функціонують у ЗПО АЕС і реалізують вищевказані детерміновані функції оцінки поточних значень параметрів ЯЕУ, сьогодні використовуються лише для накопичення даних контролю технологічних параметрів з метою наступного подання їх оперативному персоналу для виконання ним евристичної (тобто умоглядної) оцінки та аналізу цих даних. Характерно, що фундаментальні діагностичні рішення про експлуатаційні режими, а отже і про реальний технічний стан обладнання, включаючи АкЗ ЯР, формуються операторами БЦУ саме умоглядно, тобто з урахуванням накопичених знань, експлуатаційного досвіду, а також існуючих вимог регламенту експлуатації та нормативних документів. Очевидно, що для подібного «ручного» формування цих рішень використовуються відповідні ергатичні (тобто людино-машинні) інтерфейси, які загалом є достатньо ергономічними, проте при умоглядному аналізі поточних значень технологічних параметрів ЯЕУ в інформаційному плані вони суттєво переважують оперативний персонал БЦУ.

Складність конструкції та технологічних схем сучасних ВОЯР обумовлює необхідність контролювати засобами АСУ ТП АЕС близько 20 тис. поточних значень технологічних параметрів ЯЕУ, що сформовані первинними сенсорами, а також виконувати значну кількість ядерно-фізичних, теплогідравлічних та інших розрахунків. Так, наприклад, досвід перших місяців експлуатації в штатному режимі ВВЕР-1000 переконливо показав, що навіть для кваліфікованого й добре підготовленого оперативного персоналу цієї ЯЕУ виконання всіх дій, передбачених регламентом експлуатації, знаходиться на межі фізіологічних можливостей людини. Показово, що високий, близький до гранично допустимого, рівень інформаційного навантаження операторів БЦУ має місце і сьогодні, незважаючи на істотно поліпшені ергономічні характеристики інтерфейсів, а також застосування інформаційних систем, подібних до відомої американської розробки SPDS. Проте аналіз причин важких ядерних інцидентів, що мали місце в атомній енергетиці за останні роки, включаючи Чорнобильську катастро-

фу, а також аварію на АЕС «Фукусіма», свідчить про критичну важливість людського чинника в проблемі забезпечення безпеки АЕС. Дослідження надійності людини-оператора БЦУ, яка безпосередньо приймає діагностичні та керуючі рішення, показали, що вона є найменш надійною ланкою в будь-якій сучасній АСУ ТП АЕС ергатичного типу. Ці дані неспростовно свідчать про недостатню надійність і стійкість саме цієї ключової ланки забезпечення безпеки й ресурсу ЯЕУ.

Як відзначається в роботі [12], можливості людського організму щодо сприйняття та обробки зовнішньої інформації дуже обмежені й визначаються в першу чергу такими фізіологічними характеристиками, як швидкість реакції, ступінь концентрації уваги, пам'ять тощо. Так, наприклад, можна вважати остаточно з'ясованим, що максимальна здатність до оцінки оперативних даних у людини-оператора, що розглядається як інформаційний канал, в умовах штатної експлуатації на енергоблоці не перевищує 44 біт/с, тобто є недостатньо високою навіть при відсутності в оператора психологічного стресу. У стресових станах, що супроводжують усі позаштатні ситуації управління ядерним енергоблоком, швидкість сприйняття оперативних даних людиною-оператором істотно знижується, досягаючи неприпустимо низьких значень, що зазвичай не перевищують 0,5 біт/с при одночасному скороченні поля інформаційного огляду, яке включає приладові панелі та відеотермінали БЦУ. Очевидно, що в зазначених обставинах психофізіологічні параметри та інформаційні характеристики людини-оператора не можуть бути визнані задовільними, причому не тільки з точки зору високої ймовірності пропуску важливих оперативних даних, але й з позицій забезпечення своєчасної та адекватної реакції на динамічну зміну оперативної обстановки.

Таким чином, з урахуванням недостатньої надійності та психологічної стійкості операторів БЦУ АЕС в умовах їхнього значного інформаційного навантаження та безпосередньої задіяності у формуванні керуючих рішень на основі аналізу даних, що надаються їм сучасними ЗПО, створення та впровадження в їхню структуру інтелектуальних діагностичних засобів слід розглядати як важливий пріоритет серед інших технологічних розробок для потреб вітчизняної атомної енергетики. При цьому очевидним є факт, що радикальна оптимізація інформаційного середовища БЦУ АЕС є важливою складовою комплексної проблеми підвищення надійності та продовження експлуатаційного ресурсу ядерних енергоблоків України.

Висновки

1. Оперативний контроль динаміки теплогідравлічних режимів в АкЗ ВОЯР, включаючи виявлення потенційно небезпечних передаварійних теплофізичних процесів на поверхні ТВЕЛ, в існуючих системах контролю та діагностики поточного технічного стану ВОЯР не забезпечується.

2. Існуючі детерміновані алгоритми контролю технологічних параметрів ядерного енергоблока принципово не здатні забезпечити надійну ідентифікацію позаштатних режимів експлуатації обладнання ядерного енергоблока, включаючи потенційно небезпечні ТГП в АкЗ ВОЯР.

3. Недостатні функціональні можливості існуючих систем оперативного контролю АкЗ ВОЯР стоять на заваді підвищенню експлуатаційної надійності РУ, а також накладають суттєві обмеження на пролонгацію гарантованого терміну експлуатаційного ресурсу діючих АЕС.

4. Основні класи теплофізичних процесів у ВОЯР, що, зокрема у ВВЕР, пов'язані з послідовним передаварійним переходом від штатного режиму конвективного теплообміну до початку генерації парової фази на поверхні ТВЕЛ, а також до наступного аварійного виникнення на ній кризи тепловіддачі, сучасними засобами СВРК та існуючими діагностичними системами принципово не можуть бути виявлені.

5. Головна теплофізична проблема, що стоїть на заваді створенню перспективних пілотних зразків енергетичних ЯР наступного покоління з НКП легководного теплоносія, полягає у практичній відсутності апробованих наукових підходів до реалізації надійного теплогідравлічного контролю та діагностики реального технічного стану ТВЕЛ.

6. Стохастичні флуктуаційні складові сигналів датчиків низки технологічних параметрів АкЗ ЯР, насамперед нейтронного потоку та тиску в реакторних каналах, містять значний обсяг важливої фізичної інформації стосовно характеру фазового переходу на поверхні ТВЕЛ, яка наразі практично не використовується.

7. Через невідповідність реальній стохастичній природі «реакторних шумів» існуючих детермінованих алгоритмів обробки оперативних даних, які реалізують штатні комп'ютерні комплекси АСУ ТП АЕС, важлива діагностична інформація стосовно поточного технічного стану АкЗ ВОЯР, що міститься у флуктуаційних складових сигналів технологічних параметрів, незворотно втрачається.

8. Визначальними діагностичними функціями перспективних засобів оперативної діагностики та контролю АкЗ ВОЯР, що підлягають невідкладній розробці, є автоматичне розпізнавання фізично нечітких (через їхню ймовірнісну природу) передаварійних ТГП, а також прогноз їхнього подальшого розвитку.

9. Наразі в атомній енергетичній галузі провідних країн світу відсутніми є програмно-технічні засоби, здатні забезпечити надійну автоматичну ідентифікацію аномальних і передаварійних ТГП у каналах ВОЯР.

10. Перспективним напрямом оптимізації інформаційного середовища БЩУ та підвищення рівня діагностичної підтримки операторів ядерних енергоблоків, які наразі є інформаційно перевантаженими, слід вважати створення інтелектуальних засобів автоматичної оперативної діагностики.

11. Розробка наукових засад для створення інтелектуальних діагностичних комплексів нового покоління, що призначені для раннього автоматичного виявлення та надійного розпізнавання передаварійних ТГП в АкЗ ВОЯР, має стати фундаментальною основою для успішного вирішення актуальної проблеми підвищення експлуатаційної надійності та забезпечення управління ресурсом головного обладнання ядерних енергоблоків.

Список використаної літератури

1. Світові тенденції розвитку конструкцій водоохолоджуваних реакторів із надкритичним тиском / І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, Л. Б. Зімін [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — № 2 (17). — С. 3–15.
2. Головні напрями російських розробок перспективних конструкцій водоохолоджуваних реакторів із надкритичним тиском / І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, А. В. Носовський [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — № 3 (18). — С. 34–41.
3. Проблемні питання теплогідравлічного розрахунку активних зон перспективних водоохолоджуваних реакторів з надкритичними параметрами / І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, А. В. Носовський [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — № 4 (19). — С. 3–15.
4. Актуальні проблеми забезпечення теплогідравлічної надійності перспективних ядерних реакторів з надкритичними параметрами / І. Г. Шараєвський, Н. М. Фіалко, А. В. Носовський [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2021. — № 1 (20). — С. 27–38.

5. Рясный С. И. Управление ресурсом оборудования при инженерной поддержке эксплуатации АЭС / С. И. Рясный // Теплоэнергетика. — 2015. — № 5. — С. 39–43.
6. Теплофизика безопасности атомных электростанций / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2010. — 484 с.
7. Теплофизика аварий ядерных реакторов / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2012. — 528 с.
8. Теплофизика повреждений реакторных установок / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2013. — 528 с.
9. Теплофизика надежности активных зон / А. А. Ключников, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2015. — 772 с.
10. Теплофизика ресурса ядерных энергоустановок / А. В. Носовский, И. Г. Шараевский, Н. М. Фиалко [и др.]. — Чернобыль : ИПБ АЭС НАН Украины, 2017. — 624 с.
11. Коллакот Р. А. Диагностика повреждений / Р. А. Коллакот; пер. с англ.; под ред. П. Г. Бабаевского. — Москва: Мир, 1989. — 516 с.
12. Шараевський І. Г. Розпізнавання передаварійних теплогідравлічних процесів у водоохолоджуваних ядерних енергетичних реакторах: автореф. дис. ... д-ра техн. наук / І. Г. Шараєвський. — Київ : ИПБ АЕС НАН України, 2010. — 48 с.
13. Самойлов О. Б. Безопасность ядерных энергетических установок / О. Б. Самойлов, Г. Б. Усынин, А. М. Бахметьев. — Москва : Энергоатомиздат, 1989. — 279 с.
14. Математична модель автоматичного розпізнавання латентних передаварійних станів системи механічного ущільнення валу головних циркуляційних насосів АЕС / А. В. Носовський, Г. І. Шараєвський, Н. М. Фиалко [та ін.] // Ядерна енергетика та довкілля. — 2020. — № 1 (16). — С. 10–18.

**I. G. Sharaevsky, T. S. Vlasenko, L. B. Zimin,
A. V. Nosovsky, N. M. Fialko, G. I. Sharaevsky**

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants,
NAS of Ukraine, 12, Lysogirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*

**Prospective Directions of Increasing Operating
Reliability and Providing Operational Management
of the NPP Main Equipment Resources**

On the basis of generalization tendencies of safety problems development concerning the basic types of water-cooled power nuclear reactors, the analysis of a condition of the corresponding researches and own scientific experience the most important scientific and practical directions are formulated and the complex of the priority scientific and technical problems connected with maintenance of reliability and prolongation existing and promising nuclear power plants. The main shortcomings of the existing systems of control and diagnostics of complex multifactor neutron-physical, thermohydraulic and vibration processes, which accompany the operation of these reactors, including their most important main equipment — core zones, are identified and the fundamental imperfection of these systems. The stochastic nature of controlled physical processes and the need to introduce real-time methods of spectral analysis and artificial intelligence to take into account the fluctuation components of the sensors of the main technological parameters. To this end, the need to radically change the determined principles of building control and diagnostic systems by creating the latest software and hardware for automatic diagnostics, capable of detecting the initial phases of potentially dangerous operational anomalies, which should alleviate information-intensive working conditions of operational personnel, increase efficiency. and the cost-effectiveness of management decisions made by them, and to optimize the repair policy with a significant extension of the life of the main equipment. The basic requirements to the created intelligent diagnostic functionality of water-cooled power nuclear reactors are formulated, the directions of construction of mathematical models, algorithmic and software of future computer complexes of automatic control and diagnostics are defined.

Keywords: water-cooled nuclear power reactors, operational safety, automatic diagnostics, artificial intelligence methods.

References

1. Sharevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Nosovsky A. V., Vlasenko T. S., Sharaevsky G. I. (2020). [World trends of construction development of water-cooled supercritical pressure reactors]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 17, no. 2, pp. 3–15. (in Ukr.)
2. Sharevsky I. G., Fialko N. M., Nosovsky A. V., Zimin L. B., Vlasenko T. S., Sharaevsky G. I. (2020). [Main Directions of Russian Developments of Prospective Structures of Water-Cooled Supercritical Pressure Reactors]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 18, no. 3, pp. 34–41. (in Ukr.)

3. Sharevsky I. G., Fialko N. M., Nosovskyi A. V., Zimin L. B., Vlasenko T. S., Sharaevsky G. I. (2020). [Problematic issues of thermohydraulic calculation of core zones of promising water-cooled reactors with supercritical parameters]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 19, no. 4, pp. 3–15. (in Ukr.)
4. Sharevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Nosovskyi A. V., Vlasenko T. S., Sharaevsky G. I. (2021). [Actual problems of ensuring thermohydraulic reliability of promising nuclear reactors with supercritical]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 20, no. 1, pp. 27–38. (in Ukr.)
5. Riasny S. I. (2015). [Equipment resource management with engineering support for NPP operation]. *Teploenergetika*, vol. 5, pp. 39–43. (in Russ.)
6. Kliuchnikov A. A., Sharaevskyi I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevskyi G. I. (2010). *Teplofizika bezopasnosti atomnykh elektrostancii* [Thermophysics of NPP safety]. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 484 p. (in Russ.)
7. Kliuchnikov A. A., Sharaievsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaievskaya E. I. (2012). *Teplofizika avarii yadernykh reaktorov* [Thermal physics of NPP accidents]. Chornobyl: ISP NPP, NAS of Ukraine, 528 p. (in Russ.)
8. Kliuchnikov A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevskaya N. I. (2013). *Teplofizika povrezhdenij reaktornykh ustanovok* [Thermophysics of NPP damages]. Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 528 p. (in Russ.)
9. Kliuchnikov A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevsky G. I. (2015). *Teplofizika nadezhnosti aktivnykh zon* [Thermal physics of active zones reliability]. Kyiv: ISP NPP NAS of Ukraine, 772 p. (in Russ.)
10. Nosovskyi A. V., Sharaevsky I. G., Fialko N. M., Zimin L. B., Sharaevsky G. I. (2017). *Teplofizika resursa yadernykh energoustanovok* [Thermal physics of NPP resource]. ISP NPP, NAS of Ukraine, 624 p. (in Russ.)
11. Collacot R. A. (1989). *Diagnostika povrezhdeniy* [Damage diagnostics] trans. from eng.; translated by P. G. Babaevsky. Moscow: Mir, 516 p. (in Russ.)
12. Sharaevsky I. G. (2010). *Rozpiznavannya peredavariynykh teplohidravlichnykh protsesiv u vodooholodzhuvanykh yadernykh enerhetychnykh reaktorakh* [Recognition of pre-emergency thermohydraulic processes in water-cooled nuclear power reactors]. (PhD Thesis). Kyiv: ISP NPP, NAS of Ukraine, 48 p. (in Ukr.)
13. Samoilov O. B., Usynin G. B., Bakhmet'ev A. M. (1989). *Bezopasnost' yadernykh energeticheskikh ustanovok* [Nuclear power plant safety]. Moscow: Energoatomizdat, 279 p. (in Russ.)
14. Nosovskyi A. V., Sharaevsky G. I., Fialko N. M., Sharaevsky I. G., Zimin L. B. (2020). [Mathematical model of automatic recognition of the NPPs mechanical sealing of main circulating pumps system latent pre-emergency states]. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 16, no. 1, pp. 10–18. (in Ukr.)

Надійшла 24.06.2021

Received 24.06.2021